

「新規制基準の考え方について」の考察

「重大事故等対処施設」などの間について

北岡逸人

2016/08/27

概要1

- 「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方」全25問の内、問11から問19までの計8問が、「重大事故等対処施設」関連の問である。
- 8つの問の最初の6つが「重大事故等対処施設」に関する問で、7番目は「特定」重大事故等対処施設に関する問で、8番目は「大規模損壊における対策」に関する問である。
- 「重大事故等対処施設」とは、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故に対処するための機能を有する施設(52P)。
- 「重大事故」の定義は、新規制基準策定前後で変更されている(後段で説明)。

概要2

- 九州電力が免震構造ではなく耐震構造に変更したことで問題になっている建物は、「(重大ではなく)特定」重大事故等対処施設。
- 「特定重大事故等対処施設」とは、重大事故等対処施設のうち「故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム」に対処する施設。
- 「大規模損壊」とは、「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊」のこと。
- 「大規模な自然災害」とは、「設置許可基準規則で想定する自然現象を超える大規模な自然災害」のこと。

「重大事故」とは？

- 「重大事故」とは「炉心ないし燃料体又は使用済燃料」の著しい損傷（「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第4条の定義）
- 上記の定義は昭和39（1964）年策定の「原子炉立地審査指針（立地審査指針）」における、（次項の）重大事故の定義とは異なることに注意。
- 立地審査指針での重大事故とは、「敷地周辺の事象、原子炉の特性、安全防護施設等を考慮し、技術的見地からみて、最悪の場合には起るかもしれないと考えられる重大な事故」のこと（以下の記載も参考）。
- 重大事故を超えるような技術的見地からは起るとは考えられない事故（以下「仮想事故」という。）（例えば、重大事故を想定する際には効果を期待した安全防護施設のうちのいくつかが動作しないと仮想し、それに相当する放射性物質の放散を仮想するもの）

「重大事故」とシビアアクシデント(SA)

- 「重大事故」に関連する英語として「Severe Accident: SA」がある。
- SAは「設計基準事故を超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では炉心又は使用済核燃料の適切な冷却、反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心又は使用済核燃料の重大な損傷に至る事象」の事。
- 「SAの発生防止・SAに拡大した場合の影響緩和・安全状態の安定的かつ長期的な確保」の一連の措置を、「アクシデントマネジメント(Accident Management: AM)」又は「シビアアクシデントマネジメント(SAM)」という。尚、IAEAはAMの内、SAに拡大した場合の影響緩和措置をSAMと定義するが、日本原子力学会はSAとSAMを同義で使う。(上記は以下リンクの日本原子力学会資料を参照 <http://www.aesj.or.jp/sc/public/pub-pdf/sc-pub71.pdf>)

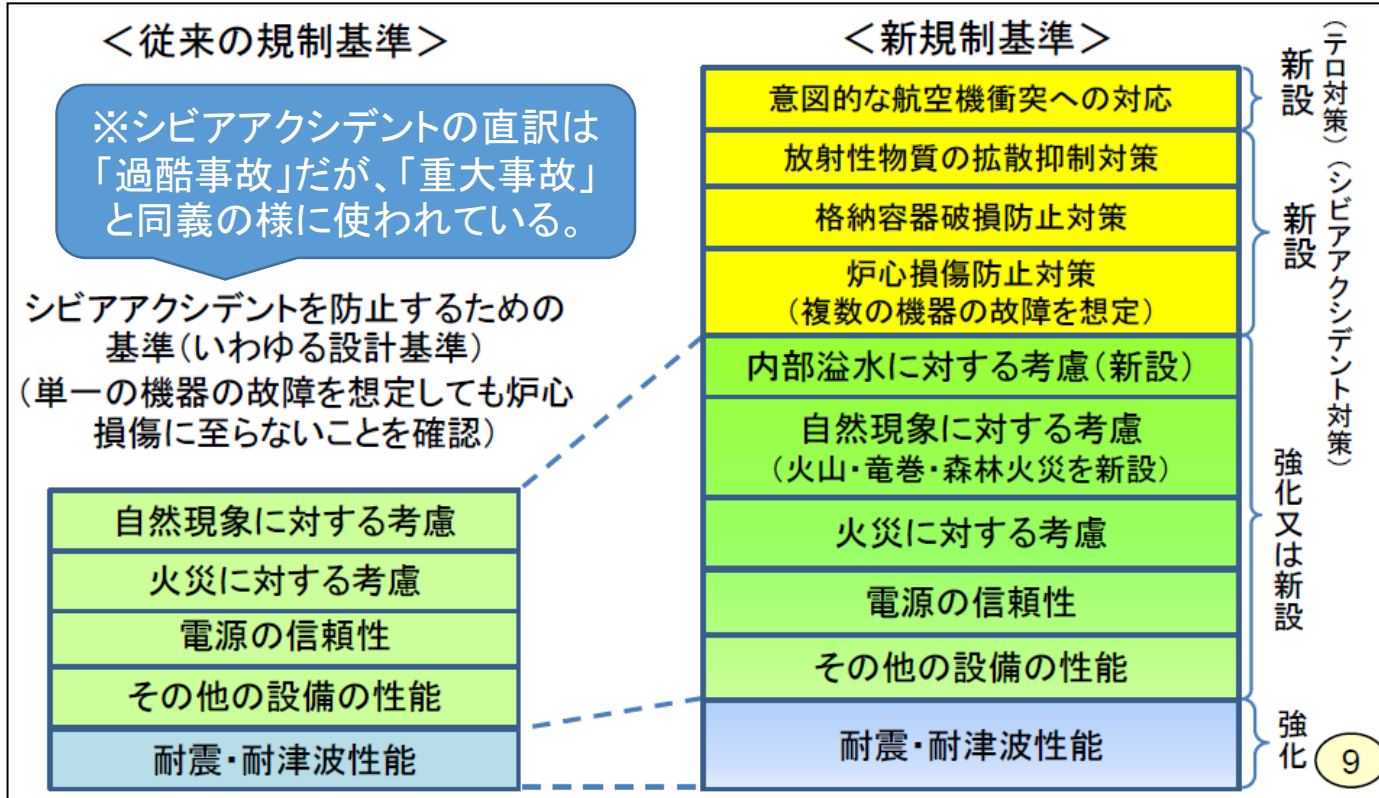
(参考) 原発事故等の法令的区別について

- 法令上は「通常運転、運転時の異常な過度変化、設計基準事故、重大事故」の4つに、原発等における各種状態を区別している。
- 「運転時の異常な過度変化」とは、通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。
- 「設計基準事故」とは、発生頻度が運転時の異常な過度変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう(「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」より引用)。

新規制基準が求めるAM

- 新規制基準策定以前は、設計基準事故が生じた場合、「炉心は著しい損傷に至ること無く、かつ、十分な冷却が可能であること」のみが要求されていた。
- 新規制基準は、(上記に加えて)「設計基準事故に対処するための設備が機能喪失した場合、さらに炉心の著しい損傷が発生した場合も想定した対策」を求める。
- 具体的には、「(諸外国で行っている)設計基準事故に対処するための設備が機能喪失した場合における炉心の著しい損傷防止対策と格納容器破損防止対策」と、「格納容器が破損した場合を想定した対策」・「テロリズム対策」を要求。

従来の基準と新規制基準の比較

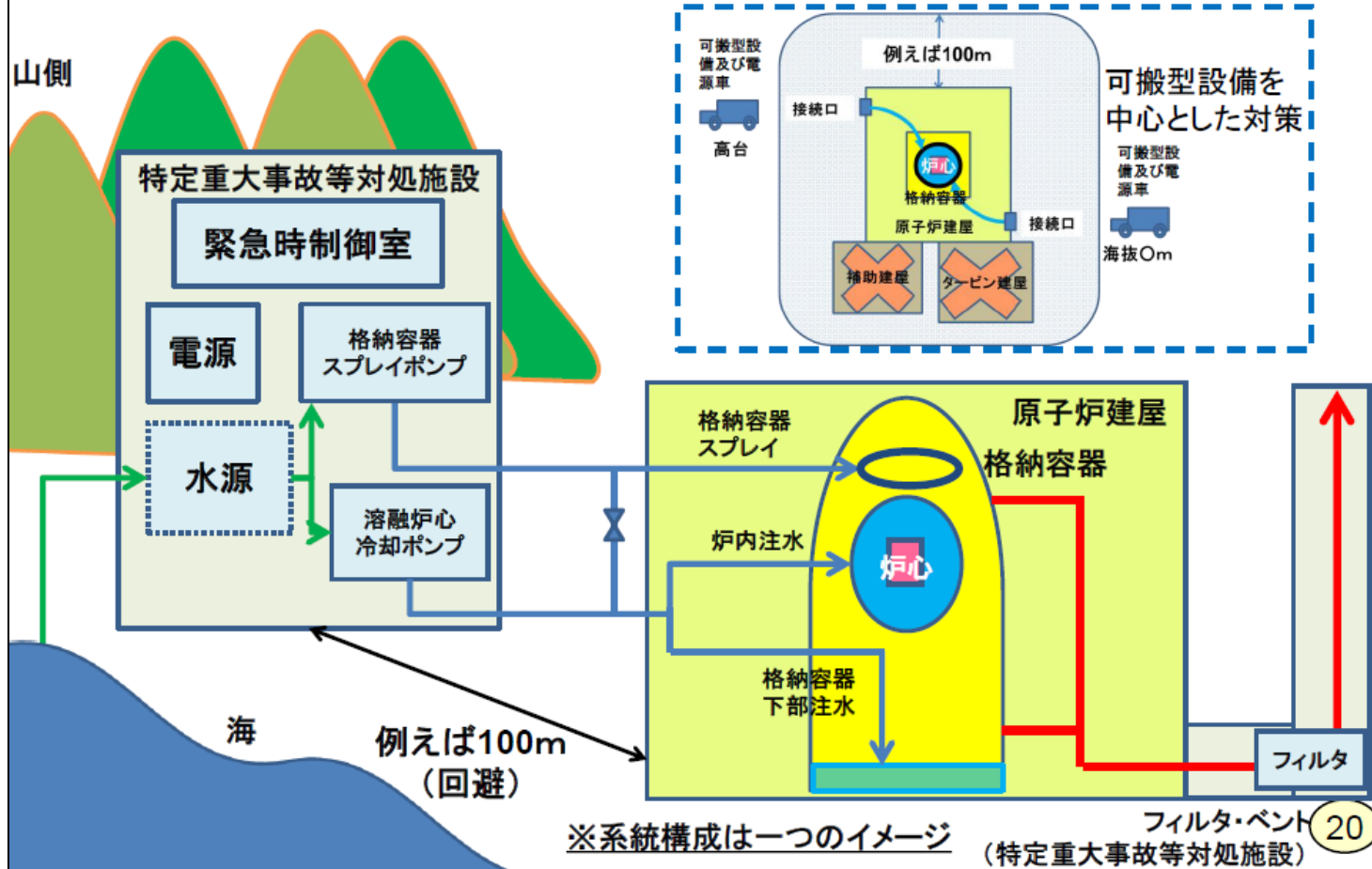


「実用発電用原子炉及び核燃料施設等に係る新規制基準について(概要)」9頁より抜粋・加筆

<http://www.nsr.go.jp/data/000070101.pdf>

意図的な航空機衝突などへの対策

- 意図的な航空機衝突などへの可搬型設備を中心とした対策（可搬型設備・接続口の分散配置）。バックアップ対策として常設化を要求（特定重大事故等対処施設の整備）



IAEAの深層防護との関係

- 原子力規制委員会は、重大事故等対処施設とは、「IAEA深層防護の第4の防護レベル」に対処するための施設(26P)と説明。
- 第4の防護レベルの目的は、深層防護の第3の防護レベル(炉心の損傷や重大な所外放出を防止)が失敗した結果の事故の影響を緩和することである。この階層の最も重要な目標は、閉じ込め機能を確実なものとして、放射性物質の放出が合理的に達成可能な限り低く維持されることを確実なものとする³ことである。
- (原文) The purpose of the fourth level of defence is to mitigate the consequences of accidents that result from failure of the third level of defence in depth. The most important objective for this level is to ensure the confinement function, thus ensuring that radioactive releases are kept as low as reasonably achievable.

フクシマ後の第4の防護レベルの説明

下線部分は以前と同じ説明

- The purpose of the fourth level of defence is to mitigate the consequences of accidents that result from failure of the third level of defence in depth. This is achieved by preventing the progression of such accidents and mitigating the consequences of a severe accident. The safety objective in the case of a severe accident is that only protective actions that are limited in terms of lengths of time and areas of application would be necessary and that off-site contamination would be avoided or minimized. Event sequences that would lead to an early radioactive release(3) or a large radioactive release are required to be ‘practically eliminated’(4).
- (3) An ‘early radioactive release’ in this context is a radioactive release for which off-site protective actions would be necessary but would be unlikely to be fully effective in due time. A ‘large radioactive release’ is a radioactive release for which off-site protective actions that are limited in terms of lengths of time and areas of application would be insufficient for the protection of people and of the environment.
- (4) The possibility of certain conditions arising may be considered to have been ‘practically eliminated’ if it would be physically impossible for the conditions to arise or if these conditions could be considered with a high level of confidence to be extremely unlikely to arise.

前頁の説明の仮訳

- 第4の防護レベルの目的は、深層防護の第3の防護レベル(炉心の損傷や重大な所外放出を防止)が失敗した結果の事故の影響を緩和することである(下線は以前の内容と同じ)。

これはそのような事故の進展を防ぎシビアアクシデントの結果を緩和することで達成される。

シビアアクシデントの場合の安全目標は、(適用範囲と時間の制限される保護活動だけが必要になり)発電所の外の汚染を回避ないし最小化することになるであろう。

初期の放射能放出や大規模な放射能放出につながる事象の連鎖は、「実質的に排除」する必要がある(注釈の仮訳は割愛)。

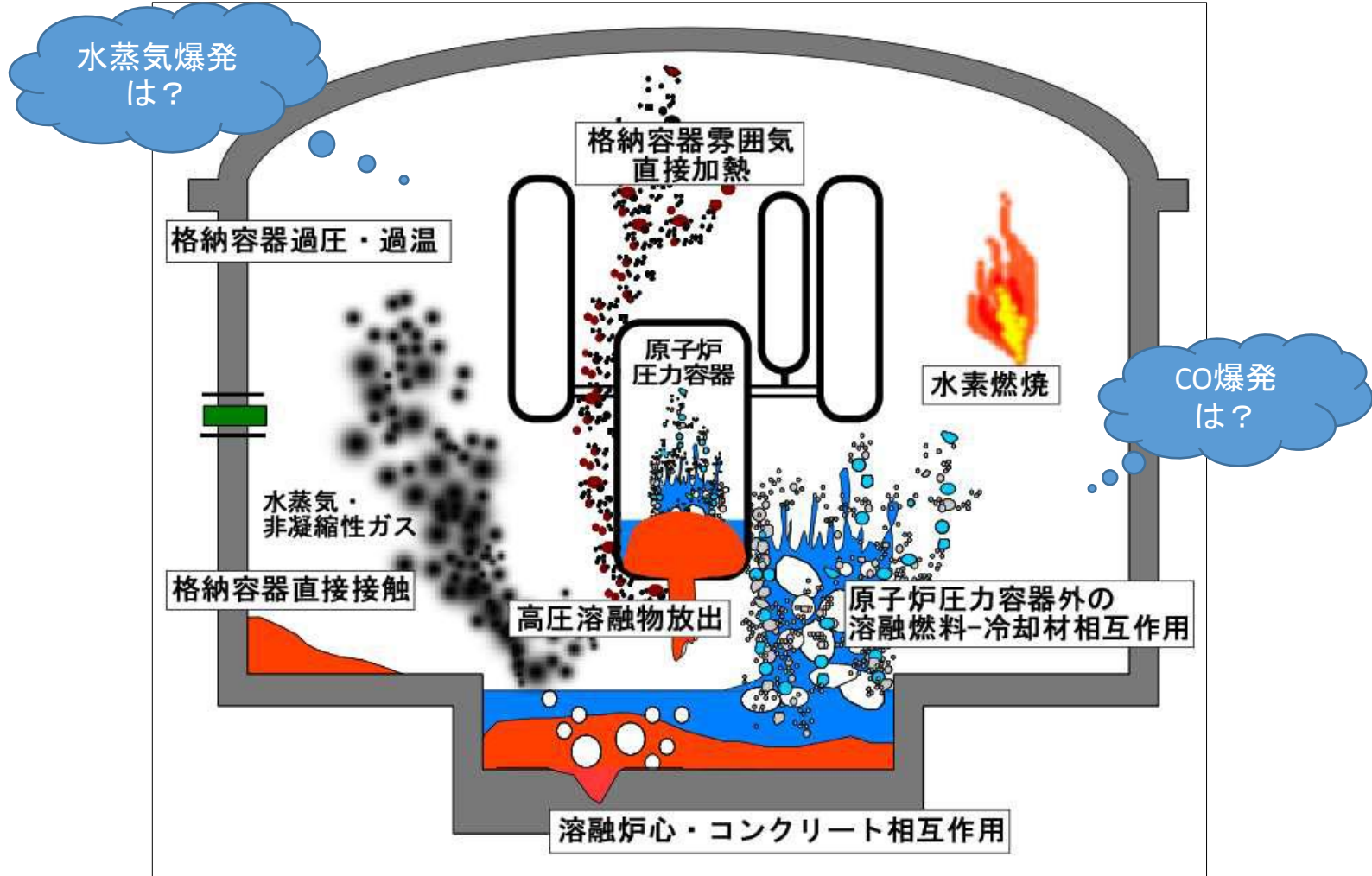
「(問1)設置許可基準規則における重大事故等対策に係る規制上の要求事項は何か。」について

- 「重大事故等対策の規制の経緯・重大事故の定義・重大事故等対策における深層防護等の考え方・要求事項の概要」を説明。
- 要求事項とは、「重大事故等の拡大防止対策と、その有効性評価」及び「重大事故等対策に係る施設・設備など」(以下コメント)。
- アクシデントマネジメント(AM)・シビアアクシデント対策(SAM)等の名称で研究されてきた成果の一部を、重大事故対策に入れた。
- フクシマ以前のSAMは電力会社の自主性に任されていた(SAMの実施は、原発事故の危険性を認め反対世論を強めると懸念)。
- 福島原発事故により多くのSAM研究の(未熟・不完全さが判明し)課題が増えた(原子力規制委員会は関連の入札を実施している)。

「(問2)重大事故等対処施設及び重大事故等対処設備に関する要求事項は何か。」について

- 「炉心の著しい損傷等の防止・(炉心の著しい損傷が発生した場合の)原子炉格納容器等の破損防止・使用済燃料貯蔵槽の冷却等・工場等外への放射性物質の拡散抑制」などの対策を要求。
- ①原子炉圧力容器が高圧の状態では溶融炉心が放出されて、格納容器内へ放射性物質が溶融炉心により直接加熱され、急激に温度及び圧力が上昇する現象(高圧溶融物放出・格納容器内放射性物質直接加熱(DCH))
- ②高温の溶融炉心及び冷却水が格納容器内に放出されて、格納容器内へ放射性物質の温度・圧力が徐々に上昇する現象(格納容器過圧・過温破損)
- ③溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下して、溶融炉心の熱でコンクリートが侵食される現象(溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI))
- ④高温の燃料被覆管と水が反応して発生する水素の爆発(水素燃焼)など(以下コメント)
- 水蒸気や一酸化炭素(CO)等による爆発は軽視ないし無視されている。

格納容器破損に至る現象 (59Pより転載・加筆)



水蒸気やCO爆発等の危険性は未解明

- 「原子炉格納容器内の水蒸気爆発の危険性」高島武雄・後藤政志(岩波「科学」2015年9月号)
<https://www.facebook.com/MasashiGoto2/posts/997860126926961>
- 「炉心溶融物とコンクリートとの相互作用による水素爆発, CO爆発の可能性」岡本・中西・三好(岩波「科学」2014年3月号)
https://dl.dropboxusercontent.com/u/86331141/Shiryo/Kagaku_201403_Okamoto_etal.pdf
- (参考サイト)「我が国における軽水炉シビアアクシデント評価技術の今後」(2012年春・日本原子力学会・計算科学技術部会)
<http://csed.sakura.ne.jp/archives/638>

「(問3) 実用発電用原子炉の炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等に係る有効性評価の方法はどのようなものか。」について

- 事故シーケンス(グループ)を選定し、計算シミュレーションなどで評価。
- 炉心損傷に至る事故シーケンスの内、BWRでは、高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、原子炉停止機能喪失、LOCA時注水機能喪失、格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)、PWRでは、2次冷却系からの除熱機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、原子炉格納容器の除熱機能喪失、原子炉停止機能喪失、ECCS注水機能喪失、ECCS再循環機能喪失、格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損)を「必ず想定する事故シーケンスグループ」としている。
- 典型的な格納容器破損モードとして「必ず想定する格納容器破損モード」を定めている。具体的には、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用、水素燃焼、格納容器直接接触(シェルアタック)、溶融炉心・コンクリート相互作用としている。

「問4(1) 炉心損傷防止対策において必ず想定する事故シーケンスグループの重畳(ちょうじょう)を検討する必要があるか。例えば、全交流動力電源喪失と高圧・低圧注水機能喪失が同時に発生することは考慮しないのか。(2) 個別プラント評価による事故シーケンスグループの抽出に確率論的リスク評価(PRA)を採用するのはなぜか。」について

- 重畳する様な事故の発生頻度は低いと考えられ、仮に重畳したとしても、それぞれの防止対策を柔軟に活用することができる(重畳する様な事故の発生頻度は本当に低いのか? 現実の事故発生率は計算による確率を超えていないか?)。
- PRAによって起因事象と安全機能の喪失の組合せを網羅的かつ体系的に検討することができる(PRAでは発見出来ない重要な事故シーケンスは本当に存在しないのか?)。

「(問5) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に係る審査ガイドにおいて、「設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)の『放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること』を確認するため、想定する格納容器破損モードに対して、セシウム137の放出量が100テラベクレルを下回っていることを確認する」とするのは、なぜか。」について

- 原子力発電所のサイトの近隣に住む住民が長期避難を余儀なくされる可能性がある放射性物質を基準とする観点から、半減期が短い希ガス、ヨウ素などではなく、想定される放出量が多く、半減期が長いセシウム137の放出量を元に評価をすることを求めている(避難中にセシウム137以外の短寿命の放射性核種や、大量に放出されるトリチウムから受ける被ばく影響等を無視)。

「(問6)重大事故等対処設備として、可搬型設備を要求するのはなぜか。」について

- 常設設備を設置する場合には設計する際に必ず設計上の想定を定めなければならないため、設計上の想定を超えた場合の効果が限定される可能性があるため、常設設備による対策に依存しすぎると想定を超えた事象に対処することが困難になる可能性がある(しかし、常設設備の利点・有利さは否定出来ない)。
- 可搬型設備の場合は、例えば想定していた配管が使えなくなった場合でも、他の配管への接続を試みることができるなど柔軟性があり、接続に要する時間は接続手法の改善で短縮が見込める上、作業環境も接続場所の分散などによって選択肢を広げる等の対策が可能となる(作業者の被ばくリスク等は増えてしまう)。
- また、可搬型設備は、常設設備に比べると、経験則的に耐震上優れた特性が認められる(耐震性以外の有利さは常設が勝る)。

「(問7)特定重大事故等対処施設に係る要求事項は何か。

(1) 設置許可基準規則42条の解釈では、「原子炉建屋及び特定重大事故等対処施設が同時に破損することを防ぐために必要な離隔距離(例えば100m以上)を確保すること、又は故意による大型航空機の衝突に対して頑健な建屋に収納すること。」と定められているところ、100メートルの離隔距離を満たせばそれでよいのか。

(2) 特定重大事故等対処施設につき、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであることが求められるところ、それを少なくとも7日間、必要な設備が機能するに十分な容量を有するよう設計を行うことを求めるのはなぜか。」について

- 100メートルというのは一般的な航空機の翼幅等から導かれた例示に過ぎず、各プラントの特性に応じた対策が求められるのであって、100メートルの離隔距離があれば直ちに設備要求を満たすわけではない。
- 福島原発事故で免震重要棟のガスタービン発電機の燃料供給に3日程度を要したため、保守的に少なくとも7日間と設定したものである。

「(問8)大規模損壊における対策は、どのようなものか。」について

- 炉心注水活動や航空機燃料火災の消火活動といった対処の他、想定を大幅に超える自然災害により、道路等のアクセスルート、航空機の衝突により原子炉建屋の片側に大規模損壊が発生し、その周辺にある設備や炉心注水のための接続口等が損壊した場合に備え、分散配置されている給水ポンプや電源車などの可搬型設備を、損壊している部分の反対側の、健全な接続口等から接続できるようにすることなどを想定(サイト内外での事前工作、陸海空からの同時攻撃等に対応可能か?)。
- 大規模損壊時においては、残存した設備を用いて、大規模損壊が発生した場合への対応のための手順や体制等に基づき、炉心の著しい損傷や格納容器の破損などを緩和するための対策や放射性物質の放出を低減するための対策を講じることができることが求められる(誰がどの様な権限で命じて、誰がどの様な根拠で命懸けの作業をするのか?)

原子炉立地審査指針の無視と机上のSAM

- 原子炉立地審査指針では事故の影響は発電所の敷地内に収まると説明されていた(SAは起こりえない、住民避難の必要はない)。
- 福島事故後はSAは起こりうる事になり、住民避難も当然になった。
- しかし、既にある原発はSAMを設計に取り入れていない構造で、避難計画の実効性確認は原発稼働の前提条件に入っていない。
- SAMの内容・実効性より原発の必要性そのものが問われている(しかし、実規模実験の出来ないSAMの実効性は検証不可能・・・)。
- 避難の必要がない安全な原発が出来ても、(ウラン・プルトニウム利用なら核転用リスクと)厄介な放射性廃棄物が増加してしまう。

「新規制基準の考え方について」のコメント

- 新規制基準は日米原発既得権益界が存続可能な基準との印象（欧州の規制基準・SAM研究成果は軽視・無視されているよう）。
- 原子力規制委員会を支援するNRC・米国規制基準との整合性？
- 既存原発で対策の難しい事故要因の軽視ないし無視（水素の様に燃焼・化学処理の難しい「水蒸気・CO」による複合爆発など・・・）。
- 「人間の想像力と計算シュミレーション(机上の計算)」の過大評価（計算上の結論は実規模実験で検証しなければ信頼性が低い）。
- 新規制基準は従来より原発の潜在的危険性を直視してはいるが、過酷事故(SA)や破壊行為による影響を緩和できず、大量の放射能を環境中に放出する危険性を容認する甘い基準ではないか？